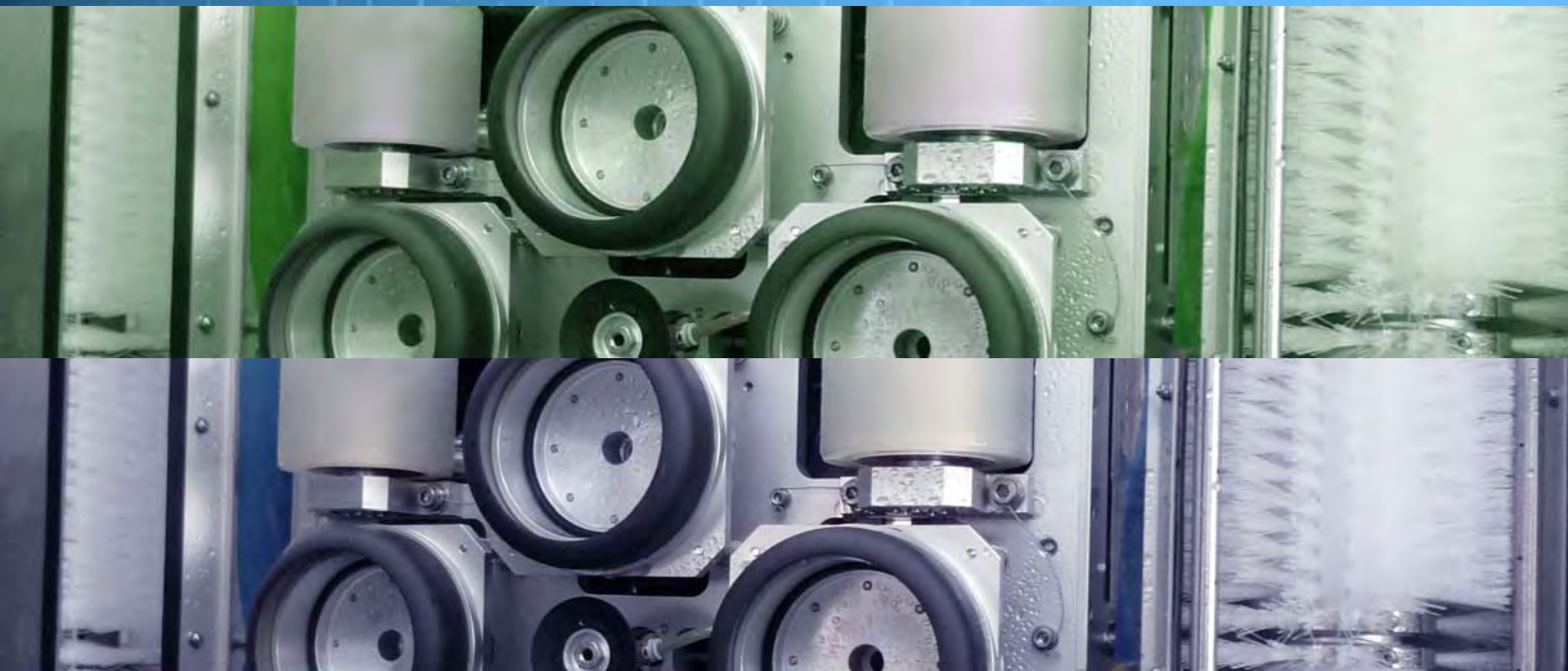


アトックス技報 2009

ATOX TECHNICAL REPORT



ご挨拶 Preface

頁/Page

- 2 「アトックス技報」の創刊にあたって

研究開発成果 R & D Activities



- 3 バックアップ用壁面除染装置の開発
 Development of a Wall Decontamination Device as a Backup

- 5 ドラム缶転倒防止のための免震パレットの開発
 Development of a Seismically Isolated Palette

- 7 異物混入防止手摺の導入
 Development of a New Type Fence for the Pools in the Reactor



- 9 BWR サプレッション・チェンバー吸込みストレーナ点検清掃装置の開発
 An Inspection and Cleaning Equipment of the Strainer in the BWR
 Suppression Chamber

- 1 1 飛散防止機能付配管切断機の開発
 Development of a Pipe Cutting Machine with Prevention Function of
 Scattering

- 1 3 微生物酵素による廃イオン交換樹脂の減容化
 Volume Reduction of the Spent Ion Exchange Resin with Microorganism
 Enzyme



- 1 5 組立式グローブボックスによる配管切断工法の検討
 Examination of Pipe Cutting Method with an Assembly Type Glove Box

- 1 7 ウラン廃棄物中のウラン非破壊測定に関する技術調査
 Literature Survey on Non Destructive Analysis of Uranium in Waste Drums

- 1 9 水遮へい体工法に関する研究
 Study on Water Shielding Method



- 2 1 減損亜鉛化合物中の微量塩素・臭素・ヨウ素の定量
 Analysis of Cl, Br and I in Depleted Zinc Compound

アトックス情報 ATOX Information

- 2 3 技術開発センターの紹介

- 2 5 廃止措置関連事業部の設置 / 特許情報

- 2 6 アトックスの概要

「アトックス技報」の創刊にあたって



取締役技術開発センター長 藤川正剛

(株)アトックス(取締役社長 矢口敏和)は、1957年に初めて、原子力施設のメンテナンス業務に関わり(当時は、ビルメンテナンスを手がける(株)ビル代行。1980年、同社から分離独立して(株)アトックスが誕生。)、以来今日まで約半世紀にわたり、原子力関連産業に携わってまいりました。現在では、国内すべての原子力発電所、及び原子燃料サイクル施設に事業所を設置し、種々のサービスを提供するとともに、原子力研究機関、大学等の放射性物質を扱う施設においても、運転・保守等を支援し、原子力施設のトータルメンテナンス会社として事業を展開しております。

このように当社が事業拡大、発展するなかで、技術的課題を解決する拠点として、1988年に技術開発センターを千葉県柏市に開設してから、今年で22年になります。これまで、多くのお客様のご理解とご支援を頂きながら現場で得た知見・ノウハウを結集し、技術開発を行ってまいりました。この間の成果を概括しますと、共同研究等が約100件、除染機、タンク内点検ロボット等の機器の設計・製作が約150件、さらには、特許申請総数約300件と、技術面から当社の発展を支えてきました。

これらの成果は、お客様の暖かいご指導やご協力を初めとして、原子炉模擬ウエル、化学実験設備等の、当時としては、画期的な研究施設を備えた技術開発センターの建設とその利用が大きく貢献しているものと考えます。そして、一昨年には、大強度⁶⁰Co γ 線照射施設やRI取扱施設、分析・測定機器等を有する研究施設を近隣の研究機関から取得し、技術開発センターの拠点を整備・拡充致しました。これにより、一段と充実した研究施設を活用し、現場経験を生かした高度な開発研究も可能となりました。これを機会に、社員一同、一層の努力を重ね、「もう一段次元の高い技術集団」へ発展しようと決意しているところです。

このような技術開発環境の充実、開発内容の多様化等に伴って、開発対象も現場で活用されるものから基礎研究のデータ提供等の広範囲に及び、充実した成果も得られつつあると考えております。また、近年の地球環境問題、とりわけ、二酸化炭素排出量の削減は、我々人類に課せられた喫緊の課題であり、日本が世界に宣言した25%削減を達成するためには、原子力エネルギーの利用の推進、特に設備利用率の向上が最も有効な手段であると言われております。当社も創業以来一貫して、原子力エネルギーの利用及び研究をお手伝いしてきており企業としての事業使命にも「地球環境の保全」を掲げて取り組んでいるところです。

そこで、今般、電力、研究機関等を初めとするお客様の業務に少しでもお役に立てればと願い、当社の技術開発成果を年報「アトックス技報」として発行することとしました。何分、開発成果を整理して、社外に発信するということには、経験も浅く、まだ不備な点が多々あるものと思いますが、何卒寛容なご理解をお願いします。またお客様との共同研究成果、PP情報等の扱いにより、公開にも制約があると思われませんが、関係者の皆様のご理解とご協力を頂いて、広範囲の当社の技術開発成果が発信できるよう努力する所存でございます。

今後とも、皆様のご指導とご鞭撻のほど宜しくお願い申し上げます。

平成22年1月吉日

バックアップ用壁面除染装置の開発 (Development of a Wall Decontamination Device as a Backup)

要 旨

原子炉ウェル、DS ピットの壁面除染装置にトラブルが発生した場合の、作業工程への影響を最小限にするため、壁面除染装置のバックアップ用除染装置の開発を行った。特に、緊急時でも容易に搬入可能、短時間で組立可能などの点に留意した。本除染装置は、人手で運搬可能な質量で装置を構成している。

In order to minimize the delay of working process by a trouble of the wall decontamination device for the reactor well and the DS pit, a new decontamination device was developed as a backup. Especially, the device enables us to carry it into the shop floor in the emergency, and to build it for a short time. This decontamination device has weight to be transported without assistance.

1 背景と目的

現在、原子炉ウェル、DS ピットの壁面除染作業は、当社で開発した壁面除染装置で行われている。この装置は、作業員への負担の軽減や十分な安全対策を施すことによって、装置構成が複雑になり、万一、作業中にトラブルが発生した場合に、早急な修理対応が困難となっている。

そこで、除染作業の遅延を防ぎ、作業工程への影響を最小限に抑えることが出来るバックアップ用壁面除染装置を開発し、万全の対策を講じることとした。

2 概要

(1) 現状

作業中の壁面除染装置のトラブル発生時の問題点としては、以下の点が挙げられる。

① 装置の修理

故障原因の特定や修理には専門知識を要する。特に、これまで導入した除染装置のほとんどがシーケンサーを搭載しており、制御系のトラブルが発生した場合には、作業中の復旧は困難である。

② 代替機への交換

作業エリアには、装置を準備するための十分なスペースがないため、代替の除染装置は発電所内の別の建屋に仮置している場合がほとんどである。このため、所内移動に時間がかかり、作業工程内で対応することが困難である。

(2) 開発コンセプト

開発のコンセプトを以下の通りとする。

- ① 短時間での系統構成が可能であること
- ② 人力での運搬が可能な小型・軽量化すること
- ③ 除染に必要な最小限の機能のみ装備すること

(3) 装置系統構成

開発コンセプトより、バックアップ用壁面除染装置の構成部品は、除染機、気水分離機、真空ポンプ、制御盤とする。(図1参照)

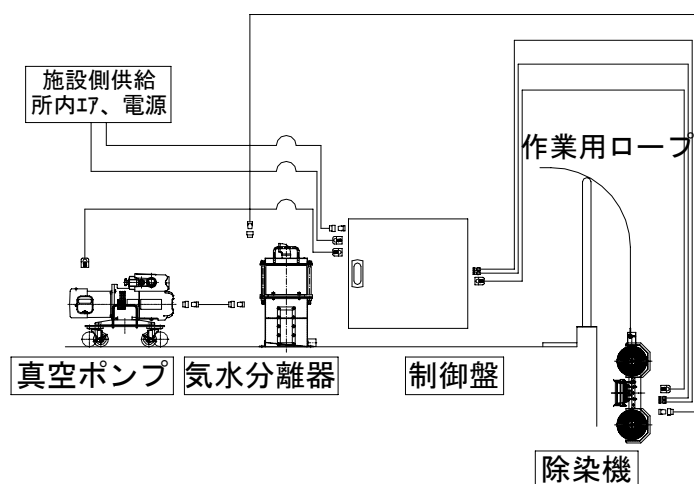


図1 バックアップ用壁面除染装置

① 短時間での組立

軌道レールや走行台車を使用せず、構成品の簡略化により組立時間を10~15分程度とする。

② 人手による運搬

人手による運搬が可能な質量とし、所内の別の建屋から作業エリアへの緊急時の短時間での搬入を可能とする。

構成品の質量を表1に示す。

表1 構成品の質量

構成部品名	質量[kg]
除染機	20
真空ポンプ	35
気水分離器	15
制御盤	16
ホース・ケーブル	10未満

(4) 使用方法

壁面の上部に除染機を吸着させた後、ブラシを回転させ、自重により少しずつ降下させながら除染を行う。従来の除染機のような散水管を設けていないため、人手による外部散水が必要となる。

壁面に対して下方向に除染する。壁面下端まで除染した後は、人力で壁面上部まで引き上げて、再度、壁面に吸着させ、同様の作業を繰り返す方法とする。

3 構成品仕様

構成品の仕様は以下の通りとする。

① 除染機

- 外形 : L570×W530×H200mm
- ブラシ×2
- 吸着盤×2
- エアシリンダ×2

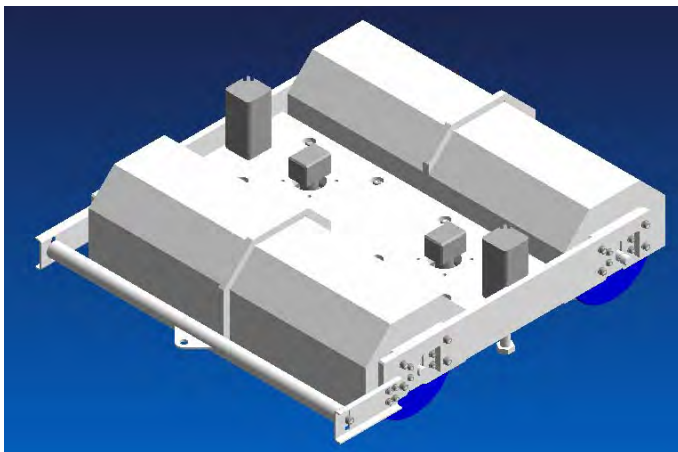


図2 除染機 背面

(ブラシ)

ブラシ軸内部に駆動用モータを配置し、回転力を円筒容器へ伝えることにより、円筒容器のみが回転する機構とする。本機構は、防水試験IPX7 相当に適合している。

- ブラシ径 : 150mm
- ブラシ幅 : 380mm
- ブラシ材質 : ナイロン(砥材入り)

(吸着盤)

壁面の凹凸に追従させるため、鋼ばねを用いて吸着盤を壁面へ押付け、エアのリークを防いでいる。

(エアシリンダ)

装置引き上げの際に壁面との衝突を防ぐため、ボールローラを先端に取り付けたエアシリンダを設置している。

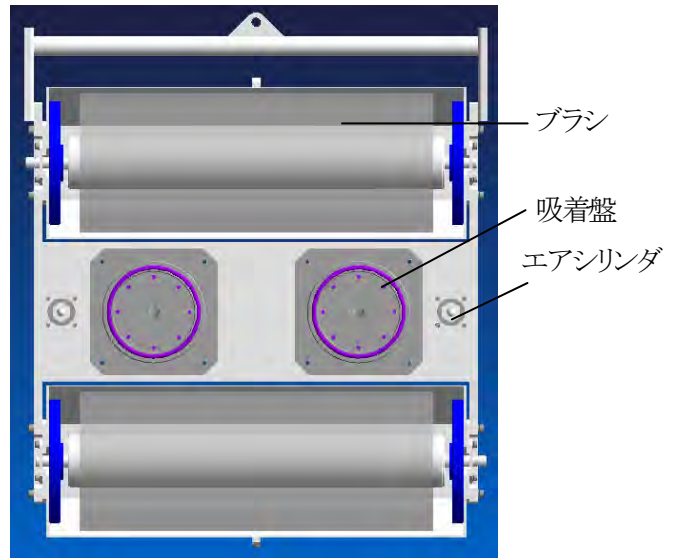


図3 除染機 腹面

② 真空ポンプ・気水分離器

- 常用真空度 : -60kPa
- 吸引流量 : 405L/min

除染機の壁面吸着用として、真空ポンプを用いている。吸着時は、除染水を同時に吸い込むため、ポンプ吸気側には気水分離器を設置している。HEPA フィルタを内部に組み込んでいるため、気水分離以外に、ダストの飛散防止効果も有している。

③ 制御盤

除染装置として最小限の機能のみとし、操作は全て単動操作とする。エア回路は、外部に取り付けている(表2参照)。

表2 制御盤搭載機能

搭載する機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ブラシの ON/OFF ・吸着盤の ON/OFF ・エアシリンダの ON/OFF ・真空ポンプの ON/OFF ・非常停止
--------	--

4 結 語

今回開発したバックアップ用壁面除染装置の導入により、壁面除染装置にトラブルが発生した場合でも、工程に影響を最小限にとどめることが可能と考える。また、小型・軽量で容易に持ち運びが出来ることから、従来の壁面除染装置では進入し難い壁面に対しても、適用が可能である。



執筆者/機器・装置設計 Gr. 平井 計仁



機器・装置設計 Gr. 藤原 主也

ドラム缶転倒防止のための免震パレットの開発

(Development of a Seismically Isolated palette)

要 旨

原子力施設における放射性廃棄物貯蔵ドラム缶の地震による転倒を防ぐ方法として、免震工法が有効であると考え、ドラム缶を段積みすることが可能なパレットを開発した。

試作機を製作し、加震試験によって阪神・淡路及び中越地震の地震波でも転倒しないことを確認した。

To prevent the collapse of the radioactive waste storage drums piled up at the nuclear power plant by the earthquake, a base-isolation structure palette was developed.

It was demonstrated that the drums piled up on the base-isolation structure palette were not collapsed by seismic waves simulating the Hanshin- Awaji and the Chutetsu earthquake either.

1 背景と目的

原子力施設では、過去の地震において、段積みしていた放射性廃棄物貯蔵ドラム缶が転倒したことがあり、ドラム缶を固縛して剛性をあげる等の転倒防止対策が行われてきた。

当社は、これらの対策とは原理的に異なる対策として、耐震設計を取り入れて検討した結果、免震構造のパレット上にドラム缶を積むことで倒壊を回避する方法が有効であると判断し、試作機の製作及び加震試験を行い、免震パレットの開発が、技術的に可能であるかを検討した。

2 開発・試験概要

(1) 免震機構の選定

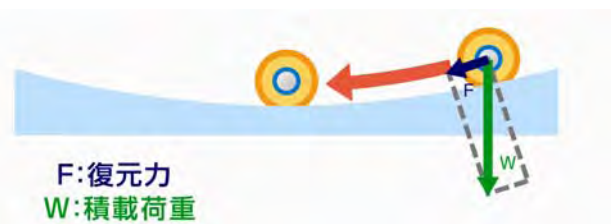
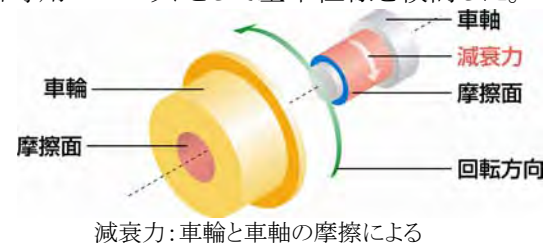
原子力施設の廃棄物貯蔵施設は、ドラム缶、鋼製箱等の定形物を収納するよう設計されていることから、大型の追加設備を設置する余地スペースの確保は困難である。より大きな地震に耐えるためには剛性を上げざるを得ず、設計対象が大型化してしまう。免震設計では「揺れ」を抑える構造とするため、多少複雑な免震構造が付与されるものの、設計対象は大型化しない。地震が大きければ大きいほど利点が際立ってくる比較的小型省スペースの「免震ラック」を対象を絞ることとした。

今回検討の対象とした免震装置は、(株)エーエスのASTCR 免震装置(特許)である。

ASTCR 免震装置は、円弧状の2本のレール上を車輪が滑る構造となっており、車軸の摩擦による減衰力(積載重量によって減衰力が変化)と重力により戻る復元力を利用する機構である。積載重量が変化しても免震効果が変わらないという点が、ドラム缶に最適な特性を有している。(図1)

この機構は工場などの大型設備にも適用可能であ

るため、ASTCR 免震装置をベースに、重量物であるドラム缶専用のパレットとして基本仕様を検討した。



復元力: 中心に向かって傾斜したレール

図1 ASTCR 免震機構の概要

全段で免震構造を採用すると、構造物全体としての安定性を欠き、かえって転倒しやすくなってしまったため、最下段のみ免震構造とした。最下段の免震パレットに3段分のドラム缶を固定しなければ免震効果は得られないため、パレット間を連結治具で接続してドラム缶を固定する構造とした(図2)。

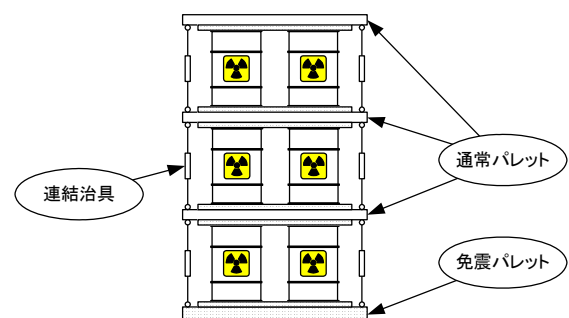


図2 全体構造

なお、JMA(気象庁震度計)小千谷の最大加速度にて設計を行った結果、免震装置(スライドレール)によるドラム缶の設計変位量は最大 200mm となった(図 3)。

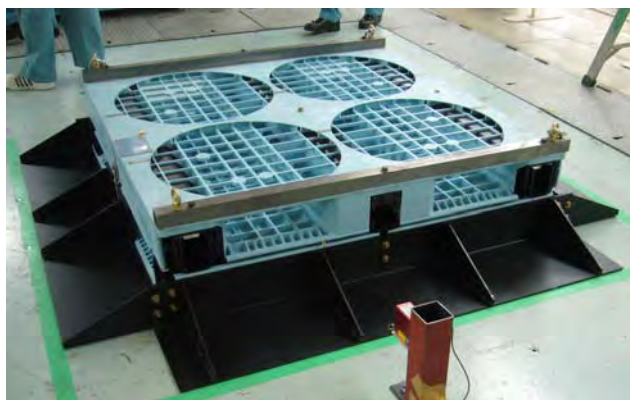


写真1 免震パレット全景

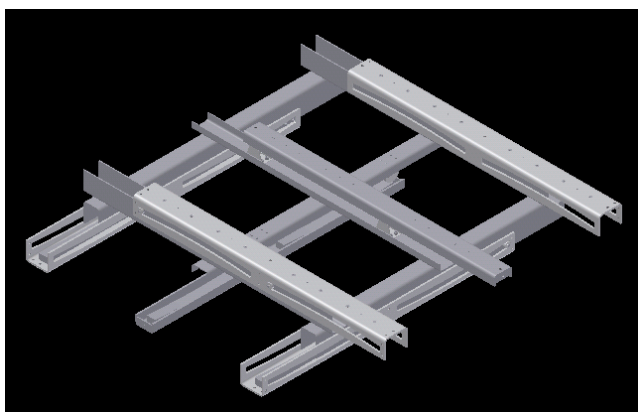


図3 スライドレール構造

(2) 加震試験

① 試験方法

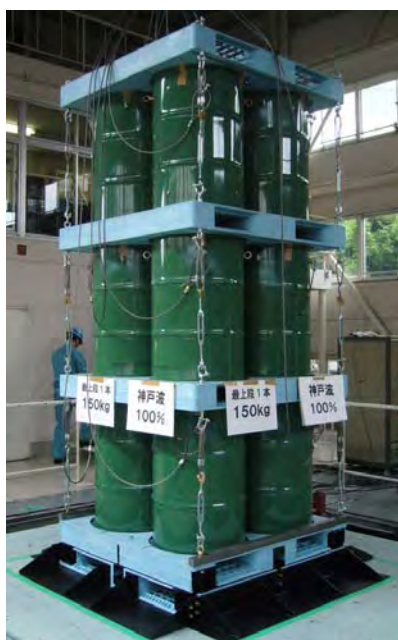


写真2 加震台に設置したドラム缶(試験状況)

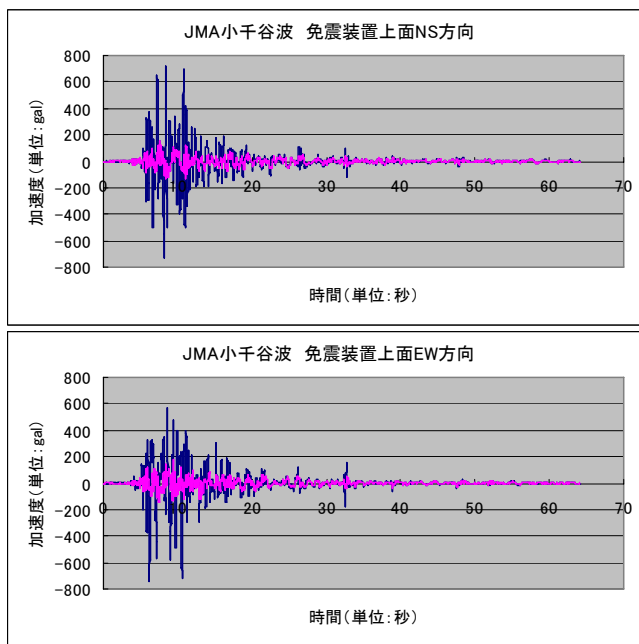
免震パレットによるドラム缶転倒防止の実証試験を行った。

試験場所: UR 都市再生機構都市住宅研究所
三次元振動台実験場

試験条件及び方法:

加震台に JMA 小千谷、JMA 神戸の地震波を入力し、ドラム缶が転倒しないことを確認する。

② 試験結果



—入力波 —応答波

図4 入力波と応答波(試験結果)

入力加速度最大 730gal に対し、応答加速度 154.8 gal と 80%減衰させ、ドラム缶の重心を偏心させた試験においても転倒しないことが確認された(図 4)。

3 結 語

ドラム缶転倒防止を目的とした免震パレットの基本技術の有効性が確認された。

今後は、免震パレット設置のための空間の確保、重量ドラム缶への展開、既設パレットの再利用、コストダウンなど、更なる工夫を行っていく予定である。



執筆者/技術開発部 忠海 俊也



機器・装置設計 Gr. 平井 計仁

異物混入防止手摺の導入

(Development of a New Type Fence for the Pools in the Reactor)

要 旨

新潟県中越沖地震により柏崎刈羽原子力発電所では、使用済燃料プールからプール水が飛散する事象が発生した。そのため、各電力会社では、対策の検討を急務としている。

当社では、プール回り手摺を従来の格子構造としたものから、プール内への異物混入防止とプール水の飛散防止を目的としたものへの交換を推奨、提案している。

Water sloshing in the spent fuel pool was occurred in the Kashiwazaki-Kariha nuclear power station by the Niigata-Chuetsu Coast earthquake. Therefore, it is an urgent need for electric power companies to take measures against the sloshing.

The exchange of the conventional lattice type pool fence in the reactor to a new type one was proposed. The new fence has purposes to prevent sloshing of water and to keep FEM (foreign substance exclusion management) in the pool.

1 背景と目的

プール内への異物混入防止、及びプール水の飛散防止を目的とした手摺の検討・開発を行う。

2 概 要

(1) 設置条件

現行の手摺は、原子炉建屋プール回りの土手部に設置されている。プール回りには燃料交換機に代表される保守・点検用の設備機器が多く設置されている。これらの機器に対する干渉等を考慮し、以下のような設置の条件とした。

- ・ 既存の手摺設置穴を利用して設置すること
- ・ プール回りでの作業を考慮し、現行の手摺スペースを使用すること
- ・ 周辺機器の配置、動作範囲を考慮し、干渉しないこと
- ・ 手摺間の隙間をなくし、飛散したプール水が漏れないこと
- ・ 手摺を取り外す際、手摺が誤ってプール側へ落下しないこと
- ・ プールへの異物混入を防ぐため、手摺間及び手摺と手摺設置面との隙間を最小限に抑えること

(2) 強度評価と設計

中越沖地震時のプール水の飛散状況から、格子状の手摺をプレート形状の手摺に交換した場合、手摺全体で外力を受けることとなり、施設側の手摺設置面を破損させる可能性があるという評価がなされている。

このため、当社の手摺の設計では、手摺設置面の破損を防ぐために、手摺設置面と手摺の強度評価を行った。強度評価は、解析ソフト KSWAD(富士通株式会社)を用い

て行った。

結果を図1、図2に示す。



図1 プール土手の手摺設置面の強度評価

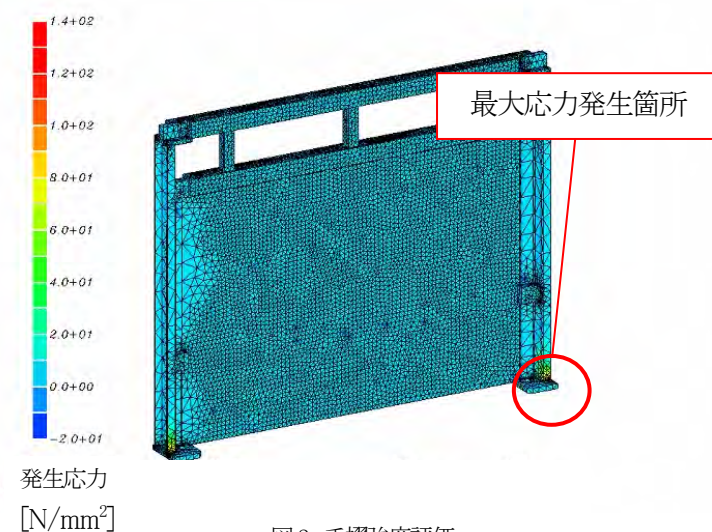


図2 手摺強度評価

図1は、設備の手摺設置面の強度評価結果、図2は、手摺1枚当たりに水平方向の外力を加えた場合の強度評価結果を示している。

この強度評価により設計する手摺は、作用する外力により手摺設置面を破損させる数値以上の強度は必要ないと判断し、この数値を越える外力が作用する場合には、設備より先に手摺が破損するものとした。

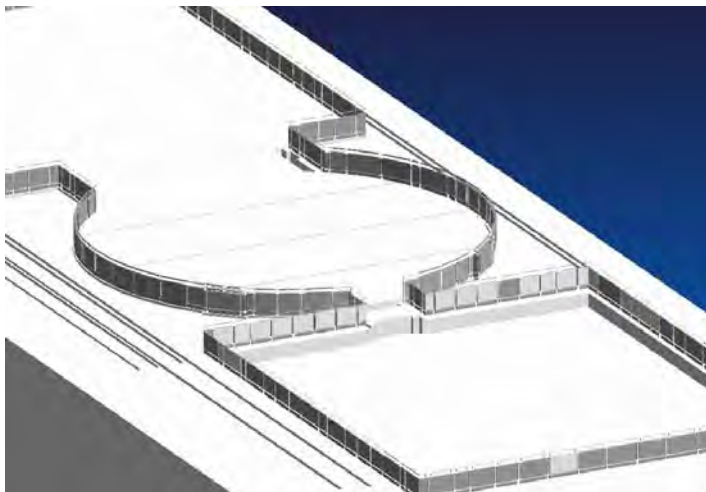


図3 手摺設置全体概要図



図4 手摺仕様



写真1 手摺設置状況（技術開発センター模擬ウエル）

(3) 構造の設計概要

原子炉建屋のプール回りは、使用済燃料のプール外への搬出や、定期検査等、数多くの作業を行う共用エリアである。

設計に際し、周辺機器の動作範囲やプール回りの作業について、インプット情報を集約し、以下のような構造とした。

- ・ 材質をSUS304製とし、除染が容易なように表面を#400研磨仕上げとした。
- ・ 周辺機器に干渉する箇所は設備の形状に合わせた上、干渉しないようにした。
- ・ 密閉性を高めた仕様とするために、繋ぎ目は全てパッキンを使用した。
- ・ 作業性及び人手による運搬を考慮し、手摺と支柱を分割し、さらに手摺を上下に二分割できる構造とした。
- ・ 単品の質量は全て20kg以下とした。
- ・ 締結用のボルト類には全て落下防止処置を施した。
- ・ 手摺が誤ってプールに落下するのを防ぐために、フロア側から手摺をはめ込むことができる構造とした。
- ・ 安全面を考慮し、手摺上部は安全帯が掛けられる構造とした。
- ・ 使用済燃料プール内から搬出できない雑固体を取り付けられる構造とした。

3 結 語

新たに製作した手摺の導入により、地震における水漏れを防ぐとともに、異物混入防止機能を備えたことで、安全に作業ができるより良い作業環境になることが期待される。



執筆者／機器・装置設計 Gr. 平井 計仁



機器・装置設計 Gr. 畑谷 周作

BWR サプレッション・チェンバー吸込みストレーナ 点検清掃装置の開発

(An Inspection and Cleaning Equipment of the Strainer in the BWR Suppression Chamber)

要 旨

BWR 型原子力発電所における、サプレッション・チェンバー (S/C) 内の ECCS (非常用炉心冷却装置) 系ストレーナは、濾過面積を拡大させた新型ストレーナに順次交換されている。新型ストレーナは狭隘な場所に設置され、且つ構造も複雑化したため、従来工法では点検清掃作業が困難となった。同時にストレーナ設備点検の重要性も高まり、新型ストレーナに対応した点検清掃装置を開発し導入した。

The strainers of the ECCS (Emergency Core Cooling System) in the suppression chamber at the BWR plant have been exchanged by new type strainers of which filtration area was expanded. The inspection and cleaning of the new type strainers were difficult by the conventional method, because new strainers are set up in narrow place and the structure is complicated too. At the same time, the inspection of the strainers increased in importance. Therefore, an inspection and cleaning equipment corresponding to the new strainers was developed and introduced.

1 背景と目的

バーセベック原発 (ウエーデン、BWR、615MW) にて発生したストレーナ閉塞事故の教訓から、日本の原子力発電所においても、サプレッション・チェンバー (S/C) 内の ECCS (非常用炉心冷却装置) 系ストレーナは新型ストレーナへの更新、点検清掃の強化の対策が取られている。しかし、新型ストレーナは狭隘な場所に設置され、且つ構造も複雑化したため、従来のブラシ清掃による工法では点検・清掃は困難であることから、新型ストレーナに対応した点検清掃装置の開発が望まれていた。本開発では、遠隔操作にて新型ストレーナ表面全ての点検・清掃が可能な装置を実機導入することを目的として、各種要素試験、現場への適用性評価、実機設計を行った。これら各種実験、試験、評価は当社の実験用原子炉模擬ウエルを使用して行った。

2 開発内容

(1) 新型ストレーナ設置状況及び構造の調査

新型ストレーナは、作業エリア (キャットウォーク上) から約 4m (水深 3m) の位置に設置されており、S/C 内壁面とストレーナ表面のクリアランスが部分的に大変狭隘な箇所がある (図 1)。ストレーナの大きさはプラントにより異なるが、外径約 $\phi 1000\text{mm}$ 、長さ約 1200mm の円筒状である (写真 1)。構造的には表面に約 500 個の開孔部があり、パンチングメタルで形成されたポケットが円筒の中心に向かって配置されている。

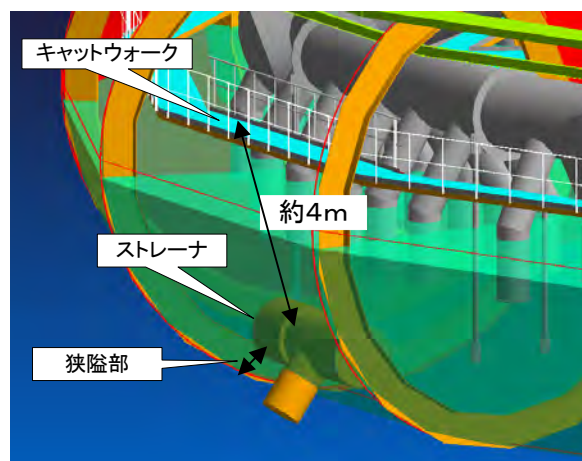


図1 S/C内構造



写真1 新型模擬ストレーナ

※模擬ストレーナのため、ポケット配置は一部のみ。

(2) 装置に要求される仕様

点検・清掃範囲はポケット内を含むストレーナ全体が対象となる。装置に要求される仕様を表1に示す。

表1 要求される仕様

清掃	表面及びパンチングメタル全てにクラッドの堆積、目詰まりが無いこと
点検	JSME IA-2520 (目視試験) 試験方法 VT-1にて健全性 (変形、破損の有無) の確認が可能であること
操作性	キャットウォーク上 (気中) から遠隔操作が可能であること

(3) 装置概要

装置は狭隘部にも適応可能な薄型のリング状フレームと可動台から構成される (写真2)。可動台には洗浄用ジェットノズルと点検用カメラ、照明が搭載されている。装置をストレーナに挿入し、可動台をストレーナ外周に沿って移動させることで、連続的にポケットを一つずつ確実に点検・清掃することが可能なものとした。ストレーナへの装置の挿入は、気中から遠隔ポール操作で行う。

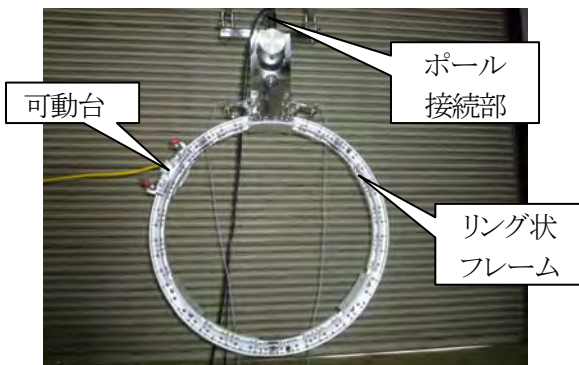


写真2 ストレーナ点検装置

(4) 適用性評価

現場を模擬して、清掃性能、点検カメラ視認性、操作性について、適用性評価を行った。

① 清掃性能

高圧ジェット水流による洗浄方法を採用し、最適な噴射角、圧力、流量について試験を行った。模擬クラッドによる評価試験にて十分な洗浄性能であることが確認された (写真3)。



写真3 洗浄試験 (ストレーナ内部状況)

② 点検カメラ視認性

市販の調光式照明付水中カメラをベースに、ポケット内の視認性、画角、照度、反射光の影響等の試験を実施し、最適なレンズ、CCD 仕様のカメラを開発した。モックアップによる視認性確認試験にて点検基準を満足することが確認された (写真4)。

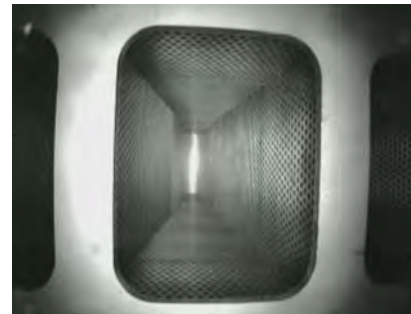


写真4 ポケット内点検画像

③ 操作性

モックアップ試験を行い、操作ポールでの遠隔操作にてストレーナに設置可能であり、狭隘部の通過も可能であることが確認された (写真5)。詳細な作業に対応するため、治具類、フロートを併用することとした。



写真5 狭隘部通過確認

(5) 実証試験

現場に試作機を持ち込み実作業と同環境下で装置の作動確認試験を実施し、主要な機能は満足するものであることを確認した。合わせて実機的设计に反映すべき項目を抽出した。

3 結 語

新たに開発したストレーナ点検装置により、遠隔で新型ストレーナ全表面を高い精度で点検・清掃することが可能となった。現在、数プラントに導入し、その効果が確認されている。



執筆者/構造・開発設計 Gr. 福島 新一



構造・開発設計 Gr. 松隈 勇

飛散防止機能付配管切断機の開発

(Development of a Pipe Cutting Machine with Prevention Function of Scattering)

要 旨

放射性物質により内部が汚染された配管の切断について、内部被ばく、汚染拡大防止、また外部被ばく、2次廃棄物の抑制に効果的な切断工法が要求された。本件ではこれらの要求事項を踏まえた配管切断機を開発し確認試験を実施した。この結果、開発した切断機は内部被ばく及び汚染拡大の防止、また2次廃棄物の抑制に有効であることを確認した。

On cutting of pipes of which the inside was contaminated with the radioactive substances in the nuclear facility, an effective cutting method to prevent internal exposure and contamination dispersion, and to reduce external exposure and secondary wastes was desired. A pipe cutting machine was developed and the confirmatory test of the machine was executed. It was confirmed that the cutting machine was effective for prevention of internal exposure and contamination dispersion, and reduction of secondary wastes.

1 背景と目的

(独)日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター材料試験炉(JMTR)の試験ループキュービクル内外に設置されている機器の解体撤去作業が2008年度に実施された。

この作業は作業場所が狭隘である上、機器や配管の内部が放射性物質により汚染され、空間線量当量率が比較的高かった。

これらの条件を踏まえ、2007年度に(独)日本原子力研究開発機構殿と「ループ照射設備解体に関する研究」をテーマに共同研究を実施し、その中で作業員の内部被ばく、汚染拡大の防止、また外部被ばく、2次廃棄物等の抑制を目的に配管の切断機を開発した(参考文献 参照)。

2 開発の内容

(1) 切断方式の検討

切断方式として以下の3点を満足することが要求された。

- ① 作業員の外部被ばくを抑制するため、切断は速度が速く、短時間であること
- ② 作業員の内部被ばく及び汚染拡大を防止するため、切粉等が飛散しないこと
- ③ 2次廃棄物の発生を抑制するため、切粉等の発生が少ないこと

以上の条件に適した切断機として、一般的な産業で利用されているチップソー、バンドソー、切断砥石、油圧カッターを候補とし、それぞれの切断機の性能を比較した。

切断機の性能比較結果を表1に示す。

その中でチップソーは欠点が少なく、用途に最も適していることが明らかとなった。

(2) 切断機の試作

チップソーを使用し、安全かつ迅速に配管の切断ができ、且つ切断時の切粉を容易に回収でき、放射性汚染物の飛散防止が可能な配管切断機を試作した。

本切断機的主要な特長として以下の2点が挙げられる。

- ① 切断機の移動ベースとなるボックスを、ワンタッチで配管に装着することができる。
- ② ボックス内を真空掃除機又は集塵機で吸引することにより、ボックス内を負圧状態に保ちながら配管を切断することができる。

試作機の概要を図1に示す。

(3) 切断確認試験

キュービクル内の配管と同じ材質、形状の配管を用いて試作機の切断確認試験を行った。

切断確認試験では、切断作業状況、切断時間、切粉の回収率、切粉、火花飛散状況、切粉・火花回収状況、ボックス内の負圧状況及び切断時の必要スペースを調べた。この結果、切断時に切粉や火花が飛散することなく、安全かつ短時間で切断できることが確認できた。これにより、試作機がキュービクル内外における配管の切断作業に有効であることが確認できた。

切断試験の様子を写真1に示す。

表1 切断機の性能比較結果

評価項目	チップソー	バンドソー	切断砥石	油圧カッター
切断速度 1 → 4 遅い 早い	3	1	2	4
切粉発生量 1 → 4 多い 少ない	3 火花が出る	3	1 火花が出る、 砥石が磨耗する	4 切粉が出ない
切断刃寿命 1 → 4 短い 長い	2	3	1 砥石が磨耗する	4
狭隘場所の 作業性 1 → 4 悪い 良い	3	2	4 小型で軽量	1 重量大
ステンレス 配管の切断性 1 → 4 悪い 良い	3	2	4	1 厚肉ステンレス 配管の切断不可
総合判定	◎ (1 4)	○ (1 1)	△ (1 2)	× (1 4)

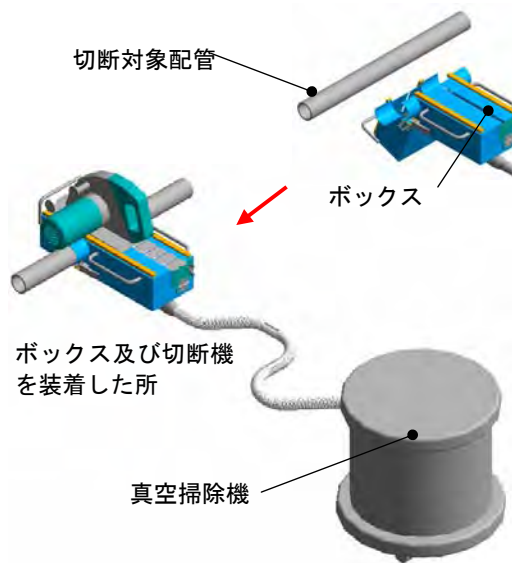


図1 試作機の概要



写真1 切断試験の様子[配管へのボックス取付前(左)、取付後(右)]

3 結 語

今回開発した飛散防止機能付配管切断機は 2008 年度に実施された(独)日本原子力研究開発機構 JMTR 試験ループキュービクル内外の機器解体撤去作業に用いられた。

本切断機は切粉の回収率が高く、内部被ばく及び汚染拡大を防ぐことができた。

また、汚染拡大防止の養生が簡素化され、火災防止の火気養生も必要がなかったため、廃棄物となる養生材の抑制にも効果があった。

作業者の外部被ばく抑制については、切断速度が比較的速いことから効果があると思われたが、狭隘な場所での作業においては切断機の配管への装着から切断を開始するまでに時間を要するため、外部被

ばくの抑制には至らなかった。

今後、切断機の取付け時間の短縮による外部被ばくの低減を目指し、本切断機に改良を加えていく予定である。

参考文献

小沼他、ループ照射設備解体と廃棄物分別に関する検討、JAEA-Technology, 2008-078 (2008)



執筆者/廃止措置 Gr. 大場 誠一郎

微生物酵素による廃イオン交換樹脂の減容化

(Volume Reduction of the Spent Ion Exchange Resin with Microorganism Enzyme)

要 旨

原子力発電所において用いられた使用済みイオン交換樹脂に吸着した放射性金属の分離を行う微生物の探索を目的とし、金属 (Ni) を吸着させたモデルイオン交換樹脂を作成し、このモデル樹脂より Ni の分離を行い、分離能の強い微生物を選択した。この微生物から抽出した酵素を用いて、モデル樹脂から Ni の脱離、回収を行い、90%以上の脱離率を得た。また、この菌の放射線に対する耐性試験を行った。

To identify microorganisms which could separate absorbed radioactive metals from ion-exchange resin used in a nuclear power plant, the ion exchange resin absorbing metal (Ni) as a model system was prepared. A few microorganisms which have strong ability to separate Ni from the resin were selected. Using the enzyme extracted from the microorganism, the separation and collection of Ni from the model resin were tested. The elimination ratio of Ni from the resin was more than 90%. And the radiation resistance of the microorganisms was tested.

1 背景と目的

原子力発電所の水処理系統から発生する放射能濃度の比較的高い使用済みイオン交換樹脂は、効率的な処理方法が無く、原子力発電所の敷地内に保管されたままとなっており、簡便な処理(減容)工法の開発が望まれている。

そこで、微生物の特定物質を分解する能力を利用して、陽イオン交換樹脂の官能基 (スルホン酸基) を切断して樹脂から吸着した金属を脱離できる微生物を探索した。次に、その微生物菌株またはその菌株から抽出した酵素を用いて樹脂を処理し、樹脂と吸着した金属(放射性物質) とを分離・回収する能力を調べ、さらに、微生物の耐放射線性確認を行った。

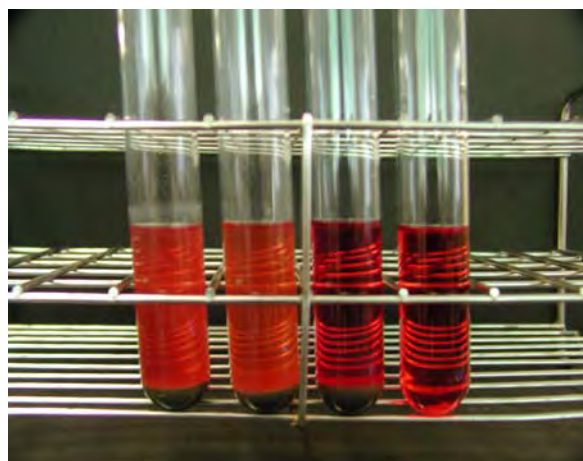


写真1 微生物の集積培養

2 方法および結果

(1) 微生物菌株の探索

研究開始にあたって、金属濃度が高いと推定される海泥などから微生物の採取を行った。また、微生物は樹脂に吸着している金属成分に耐性をもつ必要があるため、鉱山跡等からも採取を実施した。採取した土壌サンプルについて、スルホン酸基を有する化学物質を唯一の硫黄源として集積培養を行った。この際に、微生物の代謝によって培養液が酸性になる性質を指標として微生物の生育を確認し、スルホン酸基を切断する微生物の探索を行った。

① 陽イオン交換樹脂処理試験

酵素活性を低減させる可能性が高い Ni を飽和吸着した樹脂をモデルとして処理試験を実施した。前項で抽出した微生物の中より、50%以上の高い Ni 脱離率を示す微生物菌株を 21 株発見した。(図1)

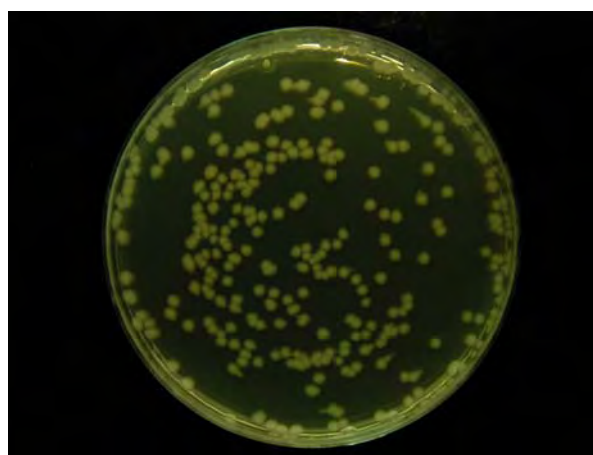


写真2 プレート培養

② 照射試験

試験に用いた微生物のうち、Ni 脱離率が高かった 150-6-4-3, BSA 株、およびその次に高かった 143-2-11-3, SSNa 株の 2 種類を用いて、照射試験を実

施した。あらかじめ数を測定した微生物菌液の入った試験管について、100、250、1000Gy/hの各線量率にて照射を行い、照射後の微生物菌数の測定結果から、微生物の生存率を算定した。

今回試験を行った微生物については、10%致死線量 D_{10} は

- ・微生物① : $D_{10}=58\text{Gy}$
- ・微生物② : $D_{10}=22\text{Gy}$

であった。



写真3 処理試験装置

(2) 酵素による樹脂処理試験

選定した微生物の酵素生産方法について、特に培養条件の面から検討を行い、得られた検討結果から、酵素を含む培養液(菌体は除去)を用いてNi吸着樹脂に対する樹脂処理試験を実施した。試験はミニジャー(写真3)で攪拌しながら処理を行った。反応温度は27℃、培養液量は1.8~2.0L、使用した樹脂量は1%(18~20g)であった。

3回同じ試験を繰り返した結果、平均90.5%のNi脱離率であった。

なお、本研究成果については、「スルホン酸基分離除去方法、およびイオン交換樹脂の処理方法」特許出願を実施した。また、高活性を示す菌株の同定、寄託を行った。

本研究実施にあたり、微生物の探索・培養やイオン交換樹脂との処理試験、抽出微生物の同定等については、微生物および微生物生産物に関する研究を行っている財団法人微生物化学研究会に委託した。

3 結語

- ① スルホン酸基を脱離する微生物について、Ni脱離の高活性を示す微生物菌株を選択した。
- ② 選択した微生物酵素を含む培養液を用いて、Ni吸着樹脂の処理を行い、Ni脱離率90%以上となることを確認した。
- ③ 選択した微生物の耐放射線性は、 $D_{10}=22\text{Gy}$ であった。



執筆者/開発・研究Gr. 河村 真吾

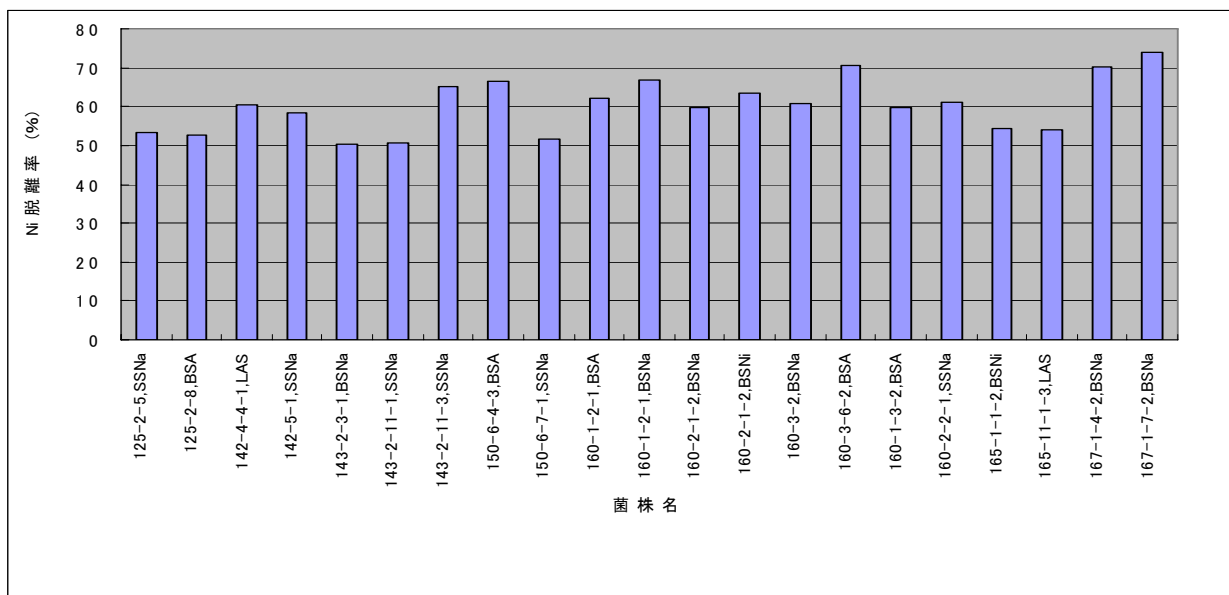


図1 ニッケル脱離率

組立式グローブボックスによる配管切断工法の検討

(Examination of Pipe Cutting Method with an Assembly Type Glove Box)

要 旨

放射性物質により内部が汚染された配管の切断作業において、放射性塵埃・ガスが発生する可能性がある場合には汚染区域を設定し、作業者は内部被ばく防護装備をして作業を実施している。本件では、配管切断時の汚染管理区域の縮小及び作業者の装備軽減を目的に、組立式グローブボックスによる配管切断工法を検討した。結果、本工法により汚染管理区域の縮小及び作業者の装備軽減による作業の効率化、放射性廃棄物の発生量の抑制が見込める事が分かった。

When there is a possibility of contamination generation in cutting of pipes of which the inside is contaminated with radioactive substance at nuclear power facilities, contamination controlled area should be set, and workers should equip themselves with radioactive contamination protective clothing. To reduce contamination controlled area and the worker's burden from the clothing, a cutting method using an assembly type globe box was developed and tested the efficiency. It was demonstrated that by using this cutting method, worker's burden from the clothing was effectively improved, and the generation of radioactive waste and the contamination controlled area were reduced.

1 背景と目的

原子力関連施設の解体工事等では、プラント配管の切断作業が多々あり、その系統の一部には空气中放射性汚染を発生させるものの系統も含まれる。

今までこのような配管の切断には汚染管理区域を設定し、作業者が吸引による内部被ばく防護装備をして作業を実施している。

本件では配管切断時の汚染管理区域の縮小及び作業者の内部被ばく防護装備の軽減を目的に配管切断工法の隔離化を検討した。

2 検討内容

(1) 切断機の検討

グローブボックス内で切断を行うため、切断機はポータブルで可能な限り軽量であることが要求される。そのため切断機として、汎用性に優れているバンドソーを採用した。

バンドソーの外観を写真1に示す。



写真1 バンドソー外観

(2) 閉止栓の検討

切断した配管からのガス等の漏洩を防止するためには、切断された配管を密閉する必要がある。これには一般産業で利用されているヘキサプラグを採用することとした。

ヘキサプラグの外観を写真2に示す。



写真2 ヘキサプラグ外観(125A 配管)

(3) グローブボックスの検討

切断する配管内から放射性塵埃・ガスが発生する可能性がある場合はグローブボックスを使用するが、その設計は切断する配管に合わせる必要がある。グローブボックスを設計するに当たっては、以下の4点が設計条件として挙げられた。

- ① フレームにボックス状のシートを吊り下げる構造とする。
- ② 取付けられるグローブがボックス内の隅々に届く構造とする。
- ③ 切断する配管に対して組立が可能であるもの。
- ④ 作業中のグローブボックス内が常に負圧維持できるもの。

以上の条件を満たすグローブボックスを試作した。

試作したグローブボックスの外観を写真3、4に示す。



写真3 グローブボックス単体での外観



写真5 妥当性確認状況(バンドソーで配管切断中)



写真4 配管にグローブボックスを取付けた状態

(4) 妥当性確認

現場を模擬した配管ラインに対して、試作したグローブボックスによる配管切断工法の妥当性について以下のことを確認した。

- ① グローブボックスが配管に対して組立・設置できること
- ② グローブボックス内でバンドソーによる配管の切断が可能であること
- ③ グローブボックス内で切断した配管に対するヘキサプラグの取付が可能であること
- ④ 作業中のグローブボックス内が常に負圧状態であること
- ⑤ グローブボックス内の隅々に手が届き、除染及び汚染検査が可能であること

以上によりグローブボックス内で配管の切断から閉止までを完結させることによって、配管切断工法の隔離化として妥当であることが確認できた。

妥当性確認の状況を写真5に示す。

3 結 語

今回検討した工法の適用範囲は、今後多く発生する原子力関連施設等の解体工事のうち配管切断作業に適用され、汚染管理区域の縮小及び作業者の装備軽減による作業の効率化、放射性廃棄物の発生量の抑制というメリットのあることが確認された。

一方、以下の課題も今回の開発で分かった。

- ① 作業場所に合わせたグローブボックスの設計が必要となる。
- ② 発生するガスが腐食性である場合、グローブボックスは耐食性のある材料とする必要がある。
- ③ グローブボックス内で切断機を使用するため、主にシートで構成されるグローブボックスは破損防止に留意する必要がある。
- ④ グローブボックスの組立・解体及びグローブボックス内での作業性を向上させる必要がある。

今後はこれらの課題の対策や改善を加え汎用性に優れた切断工法を目指し、更に開発研究を進めていきたい。



執筆者/廃止措置 Gr. 大場 誠一郎



RI 事業部 マネグリア フランソフ

ウラン廃棄物中のウラン非破壊測定に関する技術調査

(Literature Survey on Non Destructive Analysis of Uranium in Waste Drums)

要 旨

ウラン廃棄物は、核燃料サイクル関連施設及び研究所等から発生し、国内では 2008 年時点でドラム缶 101,700 本分が保管されている¹⁾。ウラン廃棄物処分またはクリアランスを想定した場合、ドラム缶中のウラン量に関する情報は重要である。そこで、各国のウラン非破壊測定法及び装置に関する調査を実施した。

The estimated amount of uranium wastes stored in Japan, generated mainly from the nuclear fuel cycle and research facilities, was 101,700 drums in 2008. Information on the quantity of uranium in a drum is important for planning the disposal or the clearance of uranium wastes. Therefore, literature survey on the non destructive analysis (NDA) methods of uranium quantities in the drum in the nuclear advanced countries was conducted.

1 背景と目的

ドラム缶中のウラン廃棄物に含まれるウラン量の非破壊測定装置に関する概要を調査した。国内では、研究機関等が中心となって開発が進められてきたが、現在のところ、製品化された非破壊測定装置はない。ウラン廃棄物処分またはクリアランスを想定した場合、ドラム缶中のウラン量に関する情報は重要である。当該測定のニーズが発生した場合の提案に資するため、海外の放射線測定器メーカーの中から専用の非破壊測定装置をいくつか取り上げ、主要性能を比較・検討した。

2 調査概要

(1) ウラン非破壊測定法の原理

一般にウランのような核分裂性物質に対しては、核分裂性物質から放出される放射線を利用し、表 1 に示す原理で測定されることが多い。

(2) ウラン非破壊測定装置の主な仕様

非破壊測定装置メーカーは、大手の放射線測定器メーカーに限られている。以下の条件を満たす代表的な装置を表 2 に示した。

- ① 200Lドラム缶内の U235 及び U238 の量をドラム缶外部からの放射線測定により定量できること。
- ② ドラム缶に不定形、異材質の固体及び液体廃棄物(不均一マトリックス)があり、かつ U235 及び U238 が偏在していても定量できること。

(3) 装置選定のポイント及び留意点

測定方法により測定下限値が大きく異なることに注意を要する。中性子線測定は装置の規模が大きくなりやすく、中性子線源または中性子ジェネレータを使用しなければならない複雑さがある。一方、ガンマ線を測定する BIL・DrumScan LRGS Mk II、CANBERRA・WM2110 及び ORTEC-ANTECH 3800 Combined Tomographic Gamma Scanner は比較的シンプルなシステムである。ORTEC-ANTECH 3800 Combined Tomographic Gamma Scanner はトモグラフィ(減弱係数の立体マッピング)が統合されており、測定精度の向上も期待できる。

表 2 に示した非破壊測定装置は、不均一マトリックス中に分布したウランについても一応適用可能である。ただし、測定対象のドラム缶内容物を記録文書などでできるだけ調査して模擬試験を行い、測定値及び精度の妥当性を判断しなければならないと考えられる。

3 結 語

ウラン量の非破壊測定装置に関する概要を調査した。ウラン廃棄物に係る情報のうち、特に重要な事項は次のとおりである。

- ① 均一又は不均一マトリックスの区別及びマトリックスの材質及び種類
- ② ドラム缶への充填高さ及び密度
- ③ ウラン以外の放射性物質の種類及び量
- ④ 要求される測定下限値

今後、ウラン廃棄物処分に係る廃棄体の基準及び国内のクリアランス基準値の検討状況に着目すると共に、非破壊測定装置の開発動向に注目していく。

表1 ウラン非破壊測定法の分類と測定原理

測定法		測定原理	一般的な特徴
γ線測定	パッシブ法	ウランの放射性崩壊で放出されたγ線を検出器で測定する。	検出器にはシンチレーション型又は半導体を用いられる。マトリックスの影響を受けやすいが、低比重のマトリックスに比較的適用しやすい。
	パッシブ-アクティブ法	パッシブ法と併用される。γ線源からのγ線を廃棄物に透過させ、マトリックスによる減衰の程度を決定し補正する。	(同上) マトリックスのγ線吸収を補正できるので、測定精度を向上できる。γ線源が必要である。
中性子線測定	パッシブ法	核分裂性物質から放出される自発核分裂中性子を中性子検出器で測定する。	ウランの場合、自発核分裂中性子が少ないため、検出及び定量は困難であることが多い。
	アクティブ法	中性子線源又は中性子ジェネレータから発生する中性子をウランに照射し、核分裂によって発生する中性子を中性子検出器で測定する。	非常に感度が高く、極少量からkgオーダーのウランまで測定することができる。中性子を用いるため、マトリックスの影響を受けにくい。中性子線源又は中性子ジェネレータ(重水素及びトリチウム含有)が必要である。

表2 ウラン非破壊測定装置メーカーと仕様^{2),3)}

メーカー	測定法 (表1参照)	型式	測定下限値 (200Lドラム缶 1本あたり)	測定 時間	特徴
BIL	γ線測定 パッシブ法	DrumScan LRGS Mk II	130mg・U235 ^{注1)}	注2)	検出器:NaI シンチレータ 遮へい機構:なし(別途要) 寸法:D1.4m×W0.7m×H1.3m
CANBERRA	中性子線測定 アクティブ法 (パッシブ法は Puのみ)	WM3210 Passive/Active Neutron Cf252 Shuffler System	300mg・U235 (高速中性子) 3mg・U235 (熱中性子)	1000 秒	中性子源:Cf252 中性子線源 検出器:He3 中性子計数管 64本 遮へい機構:あり(線源部及び中性子 検出部で合計5トン以上) 寸法:D1.5m×W1.5m×H2.0m 程度
CANBERRA	γ線測定 パッシブ法	WM2110 Series Q ² Low Level Waste Assay System	100mg-500mg・ U235 ^{注1)} 40g-100g・U238 ^{注1)}	注2)	検出器:Ge 半導体検出器 3本 遮へい機構:あり (10cm 遮へいのとき約7トン) 寸法:D1.2m×W1.7m×H1.5m
ORTEC- ANTECH	γ線測定 パッシブ-アクティ ブ法	3800 Combined Tomographic Gamma Scanner	不詳	注2)	γ線源:Se75 検出器:Ge 半導体検出器 遮へい機構:なし(別途要) 寸法:D2.1m×W1.8m×H2.2m
ORTEC- ANTECH	中性子線測定 アクティブ法	4200-600 Differential Die Away Active/Passive Neutron System	0.91mg・U235	200 秒	中性子源:中性子ジェネレータ 検出器:不詳 遮へい機構:あり 寸法:ISO 20 フィート(6m)コンテナ
ORTEC- ANTECH	γ線測定 パッシブ法	QED3400-210 Low-Level Waste Assay and Segregation System	200mg・U235 ^{注1)}	注2)	検出器:Ge 半導体検出器 遮へい機構:なし

注1) γ線測定 パッシブ法はマトリックスの影響を受けやすいので、測定下限値は目安である。

注2)測定条件によって大きく異なる。

参考文献

- 1) 原子力委員会:“平成20年版 原子力白書”, p.53(2009).
- 2) IHI, JAERI, JNC, 北大:“革新的実用原子力技術開発費補助事業 平成16年成果報告書概要版 高速中性子を用いる非破壊計測法に関する技術開発”(2005).
- 3) Frazier Bronson, Canberra Industries, Inc: “Q²- A Very Low Level Quantitative and Qualitative Waste Assay and Release Certification” (1994).



執筆者/環境・化学 Gr. 櫻井 達也

水遮へい体工法に関する研究

(Study on Water Shielding Method)

要 旨

原子力発電所では、定期検査時の環境保全対策として高線量機器に対して鉛遮へい体で遮へいを行い、被ばく低減を図っている。しかし、遮へいで低減される被ばくと遮へい体設置工事で受ける被ばくとの差が少なくなっている。本研究では鉛遮へい体の代替となる遮へい体工法の開発を目的として水遮へい体を試作し、要素試験や現行遮へい体との取付/取外し所要時間の比較試験を実施した。その結果、作業員の配管への接近時間を最大約 80%低減できる試算を得た。

In their periodic inspection of nuclear power plants, lead shielding has been set around piping with high dose γ -ray to decrease external exposure to workers. However, there got to become fewer differences between the dose reduced by shielding and the dose exposed during setting the shielding. In this study, a water shielding method instead of the conventional lead shielding was developed and examined its performance. As a result, it is expected that the water shielding method could decrease the time which workers should be close to high dose area for setting the shielding by about 80 %.

1 背景と目的

原子力発電所では、定期検査時の環境保全対策として高線量機器に対して鉛遮へい体で遮へいし、被ばく低減を図っている。しかし、重量物である鉛を用いているため設置作業に時間がかかり、遮へいにより低減される被ばくと、設置工事で受ける被ばくとの差が少なくなっている。被ばく低減の三要素は距離・遮へい・時間だが、設置工事は線源に遮へいを行う作業のため、距離および遮へいによる被ばく低減は困難であることから、作業時間を短縮する必要がある。設置工事に従事する作業員の被ばく低減を図るために、鉛遮へい体に替わり水遮へい体を用いることで、作業時間の短縮および設置工事で受ける被ばくを低減することが出来る。本研究では、鉛遮へい体の代替となる遮へい体工法の開発を目的として水遮へい体を試作し、実用にあつての検討事項の抽出と、各種要素試験および遮へい能力確認、適用性評価および実工法検討を行った。

2 研究成果

(1) 現場調査

発電所内で水遮へい体を設置する場所や方法といった諸条件の抽出を行った。結果を表1に示す。抽出した本条件をベースに、水遮へい体の試作を実施した。

(2) 材料選定

一般産業界で用いられている水袋の材料としてはゴム

表1 水遮へい体工法開発研究にあつての条件

項目	条件	
設置場所	高線量配管	
設置方法	巻き付けおよび吊下げ (ベルトバックルによる接続)	
材料	設置後、工具等による表面の損傷が 発生しない	
	発電所の廃棄・排水基準を満たす	
	給水圧変動に耐える構造	
性能	作業性	取付/取外しが短時間で 実施可能
	遮へい能力	現行鉛遮へい体と同等

やナイロンが多いが、水遮へい体の材料選定では材料の引張強度と引裂強度を重視した。数種類の素材候補を抽出後、最も強度の高い「PU(ポリウレタン)/PET(ポリエチレンテレフタレート)」材を選定した。

(3) 試作品製作

選定したPU/PET材を用い、水遮へい体試作品を製作した。水遮へい体の形状としては2880mm×940mmおよび1440mm×940mmの二種類を製作した。製作した水遮へい体を写真1に示す。

(4) 要素試験

選定した水遮へい体材料および試作した水遮へい体試作品を用いて各種要素試験を実施した。試験内容を①～⑥に示す。



写真1 水遮へい体試作品

表2 要素試験結果

試験名称	結果
材料試験	○溶出試験 Cl ⁻ : 検出限界値以下(0.6mg/m ³) ○低融点金属および廃棄時の健全性を損なうおそれのある物質: Pb, Zn, Cr(VI) Pb, Cr(VI): 検出限界値以下 (Pb: 1.25 μg/g, Cr(VI): 0.5 μg/g) Zn: 17.7 μg/g 検出
耐圧試験	○内圧0.085MPaで側面融着部が破損し、破裂
給排水試験	1枚: 給排水9.9min, 3枚: 給排水24.5min (Air供給圧: 0.2MPa) 残水量: 1.9L/体
耐衝撃試験	○水遮へい体単独では破損 ○防護カバーを使用、工具・溶接火花による損傷は見られなかった
作業性確認試験	○φ700mm 垂直 (作業員: 水遮へい4人, 鉛遮へい5人) 水遮へい体: 4min(取付2.1min, 取外し1.9min) 鉛遮へい体: 13.4min(取付10min, 取外し3.4min)
	○φ1200mm (作業員: 水遮へい4人, 鉛遮へい5人) 水遮へい体: 3min(取付2.0min, 取外し1.0min) 鉛遮へい体: 10.3min(取付7.7min, 取外し2.6min)
遮へい能力確認試験	150mm厚水遮へい体: 11.2mmPb厚 (10mm厚鉛板: 10mmPb厚)

① 材料試験

選定した材料について溶出試験を実施し、腐食成分(塩化物イオン)の溶出量を確認した。また、水遮へい体材料中の低融点金属および廃棄時の規制に係わる物質の含有量を測定した。

② 耐圧試験

給水時の圧力変動に耐え得る構造であるかを確認するために、作製した水遮へい体試作品の耐圧性確認を行った。

③ 給排水試験

水遮へい体への給排水時間および排水後の残水量測定を行った。

④ 耐衝撃試験

給水した水遮へい体に外部から衝撃を与え破損の有無を確認した。高さ4.5mからの工具落下およびグレーチングからの溶接火花で確認した。

⑤ 取付/取外し作業性確認試験

水遮へい体および鉛遮へい体を用いて作業性確認試験を実施した。試験は各遮へい体を模擬配管(φ1200mm, φ700mm)に取付/取外し作業を行い、要した時間を測定した。

⑥ 遮へい能力確認試験

水遮へい体の遮へい能力を確認するため、高線量ドラム缶に遮へい体を設置し、水遮へい体の遮へい能力確認を行った。

①~⑥の要素試験結果を表2に示す。これより、作業時間の短縮や遮へい効果が確認できた。

(5) 適用性検討

⑤の試験結果より、水遮へい体に代替した場合の作業員の配管へ接近時間を計算した。結果を表3に示す。これより、配管への接近時間を最大82%低減する結果を得た(φ1200mm配管)。この結果より、遮へい設置工事に従事する作業員の作業時間短縮により、被ばく線量低減があると考えられる。

表3 接近作業時間および作業量低減量

	接近作業時間[人・min]		作業量低減量[%]
	水遮へい体	鉛遮へい体	
φ1200mm	4.9	27.9	82
φ700mm 垂直	11.2	35.6	69

3 結語

今回の研究成果より、水遮へい体を用いることで作業量の低減効果が確認され、遮へい体設置時の作業時間短縮や被ばく低減が期待される。今後は、耐圧性の向上や水遮へい体の形状維持方法等、実用化にあたっての課題を解決する手法を検討していく。



執筆者/開発・研究 Gr. 有馬 昌邦



開発・研究 Gr. 河村 真吾



開発・研究 Gr. 田中 寛之

減損亜鉛化合物中の微量塩素・臭素・ヨウ素の定量

(Analysis of Cl, Br and I in Depleted Zinc Compound)

要 旨

原子力発電所では放射能蓄積低減対策のために「減損亜鉛」が使用されている。この薬品中の不純物含有量を保証するため、多元素かつ極めて微量の分析をする必要があるが、公定法（JIS 等）では、全ての不純物の分析法は定められていない。このため各不純物について分析法を確立した。さらに、分析の精度・正確性向上のため分析操作の一部を再検討した。その結果、微量ハロゲン分析については、沈殿熟成時間及び酸添加量を変更することで分析法を改良することができた。

"Depleted zinc compound" is used in nuclear power plants for a measure to prevent radioactivity accumulation in the plant. In order to guarantee the impurities in the depleted zinc compound, it is necessary to analyze very small amount of many elements in it. However, analysis methods for the impurity elements in it are not defined as official methods such as JIS. Therefore, the methods of impurities were developed. Then, a part of the analytical flow was reexamined for more improvement in accuracy of analysis. As a result, the halogen analysis methods were improved by the change of precipitation maturing time and addition volume of acid.

1 背景と目的

原子力発電所では一次系配管・機器への放射能蓄積低減のために「減損亜鉛化合物（例：減損酢酸亜鉛 $Zn(CH_3COO)_2 \cdot 2H_2O$ ）」を使用しており、日本でもこの薬品が輸入・使用され始めている。この薬品の日本での輸入受入れ及びユーザーへの提供時には、不純物等の保証値の確認が問われる。この中に含まれる不純物は極めて微量である必要があるが、公定法（JIS等）では酢酸亜鉛中の全ての微量不純物に対する分析法は定められていない。

そこで、40以上の元素について不純物分析法を確立した。その際、試料そのものの測定に加え、試料に一定量の標準溶液を添加して測定して得た回収率（=測定値/添加量）によって測定結果の精度及び正確性を判断した。その中で回収率が約80～90%と低い数値を示すものがあつたため、精度・正確性の向上を目的に、回収率低下の原因を究明しこれを向上させる分析法の検討を行っている。本報では、微量ハロゲン（Cl、Br、I）分析法の改良によって回収率が向上したことについて報告する。

2 分析方法と結果

(1) これまでの分析法と回収率

2009年5月に輸入した減損酢酸亜鉛中のCl、Br、I不純物分析では、図1の分析フロー（ハロゲン化物共沈-イオンクロマトグラフィ又は-ICP発光分光分析）に従い分析を行い、表1のような回収率を得た。これ

より、Br及びIは回収率が低いことがわかる。この原因を究明するため、いくつかの分析操作について検討を行った。

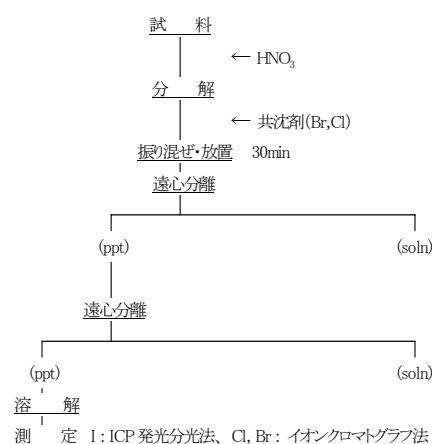


図1 減損亜鉛中のハロゲン分析フロー

表1 試料分析時の回収率

元素	回収率(%)
Cl	99, 97
Br	90, 91
I	86, 88

(2) 熟成時間変化について

分析フロー中の沈殿熟成時間について検討した。熟成時間変化時の回収率を図2-1及び図2-2に示す。Iについては、図2-1より、Clを共沈剤にしたCl共沈法は、熟成時間を長くするほど回収率が100%に近づいている。一方、Br共沈法の回収率が低いが、これは、よう化銀の生成が共沈剤の種類により異なることが考

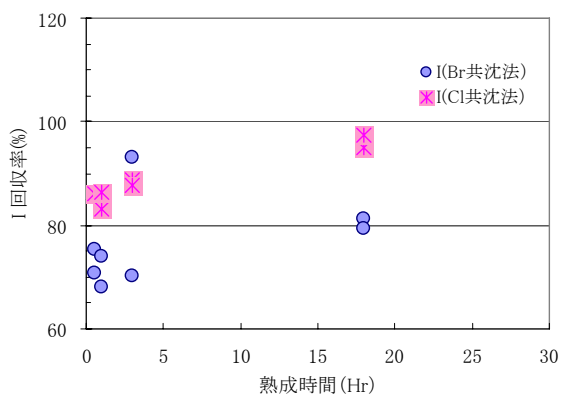


図 2-1 沈殿熟成時間とI回収率

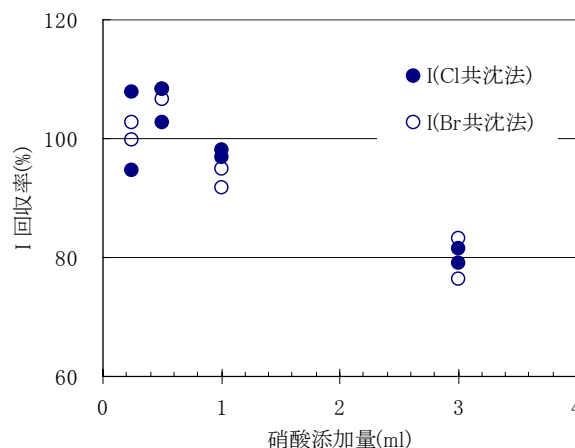


図 3-1 硝酸添加量とI回収率

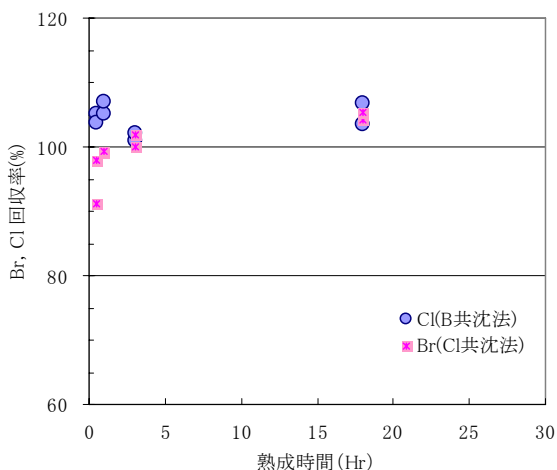


図 2-2 沈殿熟成時間とCl及びBrの回収率

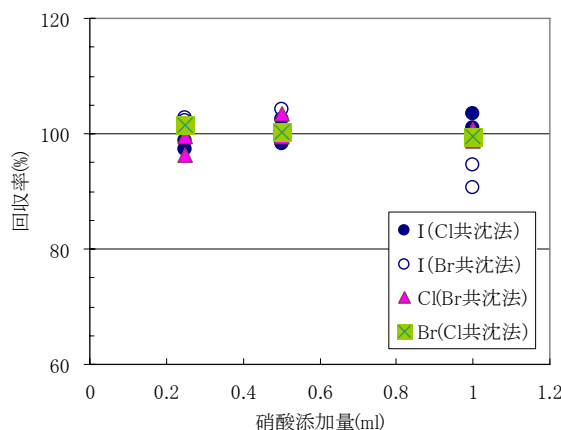


図 3-2 硝酸添加量とI, Cl及びBrの回収率

えられる。よって、I分析に関しては、Cl共沈法が適切であることが明らかになった。Cl、Brについては、図2-2より熟成時間を変えても回収率は悪化しないため、沈殿熟成時間は3時間以上とすることにした。

(3) 硝酸添加量について

分析フロー中の硝酸添加量について検討した。従来は5ml添加していたが、沈殿生成する際には酸濃度も影響する可能性があるため、添加量を変化させその影響を調べた。結果を図3-1、図3-2に示す。

図3-1より、Iについては、硝酸添加量が増加するとCl共沈法・Br共沈法とも回収率が減少した。これは、沈殿生成時に硝酸が多量に存在すると沈殿生成を妨害するためと考えられ、硝酸添加量は1ml以下が適している。また図3-2より、I、Cl及びBrについて硝酸添加量を1ml以下にしても回収率は100%近くなった(ただし、(2)で述べたようにIはBr共沈法では回収率が低い)。よって、硝酸添加量は1mlとすることにした。

3 結語

減損酢酸亜鉛中の微量ハロゲン(I・Cl・Br)分析法を再検討した結果、操作を次のように変更した。

- (1) 熟成時間は、3時間以上の長時間にすること。
- (2) 硝酸添加量は、1ml程度にすること。

これにより、80~90%だった回収率が96%以上に改善され、分析精度・正確性が向上する事が判った。



執筆者/環境・化学Gr. 飯塚 幸子



環境・化学Gr. 結城 真美



協力/ 小林 義男

技術開発センターの紹介

⁶⁰Co照射施設

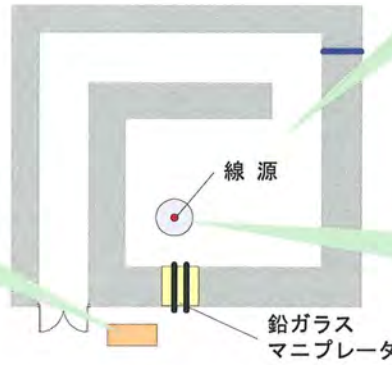
照射室が広く(約8m×約6m×高さ約5m)、要望に応じた環境条件下での照射試験が可能です。

線源データ (H21.4月現在)

⁶⁰Co密封線源：約1PBq
(許可使用量：1.137PBq)
線量範囲：約5Gy/h～10kGy/h



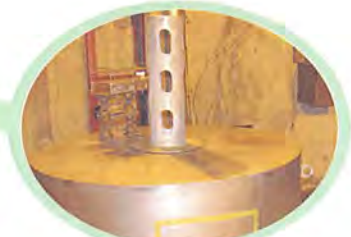
線源操作盤



照射室の概要



照射室内



線源台

放射性同位元素使用施設

非密封放射性同位元素を使用した試験・測定を行っております。

使用核種：I-125、I-131、C-14、P-32、S-35、H-3、Cr-51
装置：Ge半導体検出器
液体シンチレーションカウンタ
オートウェルガンマカウンタ



分析機器

各種分析機器を準備し、分析・測定を行っております。

物性分析

拡張X線吸収微細構造解析装置【EXAFS】

粉末X線回折装置【XDR、微小XRD】

X線マイクロCTスキャナ

蛍光X線分析装置【XRF】

電子スピン共鳴装置【ESR】

赤外吸収分光光度計【FT-IR】

化学分析

ICP質量分析装置【ICP-MS】

イオンクロマトグラフ【IC】

全有機炭素分析計【TOC】

電子プローブマイクロアナライザ【EPMA】

X線光電子分光分析装置【ESCA(XPS)】

走査型電子顕微鏡【SEM】

熱分析【DSC、DTA、TGMS等】

熱量分析計

粒度分析装置

原子吸光【AAS】

分光光度計

ガスクロマトグラフ質量分析装置【GC-MS】

液体クロマトグラフ質量分析【LC-MS】

模擬原子炉ウェル(1/4カットモデル)

BWR型原子力発電所の原子炉ウェルを模擬したモックアップ施設を備え、実規模の試験環境を準備しております。

サイズ：5 m × 5 m 扇形形状
 深 さ：8 m
 材 質：SUS鋼板製



ウェル除染機の性能確認



実際の現場に近い環境で開発製品の性能試験を実施し、安全性の向上に努めております。

水中作業トレーニング



原子力発電所作業のトレーニングを実施し、作業員の技術指導を行っております。
 (写真は水中カメラのモニターを監視しながら遠隔操作にて点検装置を設置している様子)

分析・測定業務

各種分析機器を取りそろえ、様々な試料分析の依頼に対応しております。
 また、分析・測定に関する相談も受け付けております。



X線光電子分光分析装置



化学実験室

◆ 廃止措置関連事業部の設置

当社は、原子力関連施設において、施設・設備機器の改修・撤去工事とそれに伴う放射性物質の除去、放射線管理区域の解除、廃棄物処理作業等いわゆるデコミッションング関連工事に長年携わってきました。

その経験を通して蓄積した知見や実証された技術と技能を活用し、今後あいついで実施が計画されている原子力関連施設の廃止措置およびクリアランス工事に適切に対応するため、平成21年9月、廃止措置関連事業部を設置し、社内外の情報の一元化を図り、従来に増して、効率的に廃止措置関連工事のニーズに対応することとしました。

特に、廃止措置において主要な工程で必要となる除染、切断等の技術については、技術開発センターにおいて実証試験を行い、蓄積されたデータをもとに、対象施設、作業環境に応じた合理的な工法などを提案、実施します。

■ 特許・実用新案登録情報

H21.9.末現在

登録日	種別	登録番号	発明名称	共同権者（敬称略）
H11. 10. 29	特許	2997242	高周波融着によるシール性を有する放射線作業用シート	日本原子力研究開発機構
H15. 7. 18	特許	3452138	配管内足場設置方法及び配管内足場	—
H15. 11. 14	特許	3491207	水中における海生物除去装置	東電工業
H17. 10. 7	特許	3726922	原子力発電所で使用する防護マスクの除染・洗浄装置	四国電力
H17. 11. 4	特許	3737380	原子力施設等で用いる床面除染装置	日本原子力発電、原電事業、アミノ
H17. 11. 18	特許	3740615	無人潜水機を用いて行う水中清掃用器具及び該器具を使用して行う水中構造物の清掃方法	—
H17. 12. 9	特許	3748293	原子力カウエルのバルクヘッド部に取付ける異物混入防止装置	—
H18. 3. 17	特許	3782684	靴	九州電力、ムーンスター
H18. 4. 7	特許	3788827	原子炉カウエル内のバルクヘッド設置台のカバー	—
H18. 7. 7	特許	3824371	原子炉設備に於ける壁面除染機	—
H18. 8. 4	特許	3836932	自動除染装置における補助壁面吸着装置	—
H18. 10. 6	特許	3863627	簡易遮蔽鉛材の小型再溶解装置	—
H19. 3. 30	特許	3936801	壁面用粘着テープ貼り機	—
H19. 7. 20	特許	3986918	循環水配管における垂直管部作業用足場	—
H19. 11. 2	特許	4035083	小口径配管の半割切断機	—
H20. 4. 25	特許	4115708	BF3計数管内にあるBF3ガスの安定化処理方法及びこの方法を実施する装置	—
H20. 11. 21	特許	4219026	水圧差を利用した異物回収装置	中部電力
H20. 11. 28	特許	4223371	小口径配管の連続除染装置	—
H20. 12. 5	特許	4227713	大径の円筒部材の切断方法及び装置	—
H21. 2. 6	特許	4256538	フードマスク洗浄装置	—
H21. 2. 6	特許	4256548	フードマスク用送気管の養生方法及びこの方法を実施する養生器	—
H21. 2. 20	特許	4260268	ゴム靴の除染方法	四国電力
H21. 2. 20	特許	4261905	圧力抑制プールにおけるストレーナ、水没弁の点検方法及びその方法に使用する隔離シート、ストレーナ閉止カバー	—
H21. 5. 1	特許	4303098	ジェット洗浄及び洗浄水回収装置	—

アトックスの概要

商号	株式会社アトックス		
所在地	〒104-0041 東京都中央区新富二丁目3番4号		
資本金	1.5 億円		
設立年月日	昭和55年 9月 1日 (株式会社 ビル代行から分離独立)		
役員	取締役会長	鈴木 貞一郎	
	取締役社長	矢口 敏和	取締役 上田 諭
	専務取締役	岸本 邦和	取締役 藤川 正剛
	常務取締役	佐藤 明雄	取締役 祝 輝行
	取締役	安岡 孝進	取締役 酒井 敏光
	取締役	瀧谷 静雄	監査役 高橋 正明
従業員数	1,650 名 (平成21年12月末現在)		

沿革

昭和28年10月	株式会社ビル清掃設立
昭和39年 9月	株式会社ビル代行に商号変更
昭和42年 4月	本社に原子力部を設置
昭和55年 9月	株式会社ビル代行原子力部門を分離し、株式会社原子力代行を設立
昭和63年 8月	千葉県柏市に技術開発センター開設
平成 5年 6月	株式会社アトックスに商号変更
平成20年 8月	技術開発センターを拡充し現在地に移転

関連会社

株式会社ビル代行	株式会社エフティ販売	おおくまホテル株式会社
山梨ビル代行株式会社	茨城ビル代行株式会社	千葉ビル代行株式会社
日本ビルサービス株式会社		

編集後記

今回初めて、アトックスの技術開発の成果を報告書としてとりまとめ、刊行することとなりました。技術報告にまとめるにあたっては、共同研究成果等におけるお客様の知的財産にかかわる事項や当社のノウハウ等を考慮したため、今回は掲載しなかった案件や記載に具体性を欠いた部分があることをご容赦お願いします。

本報告書に記載された内容について、あるいは、ここで報告されていなくても関心を持っておられる関連案件などございましたら、遠慮なくご連絡ください。今後とも継続して充実した内容で発行していく所存です。

編集委員会



アトックス技報
平成22年1月発行

■編集・発行

株式会社アトックス 技術開発センター
〒277-0861 千葉県柏市高田1201番地
TEL 04-7145-3330(代) FAX 04-7145-3649
URL: <http://www.atox.co.jp>

アトックス技報に関するご意見・ご要望は
技術開発部までご連絡ください。